

УНИВЕРСАЛЬНАЯ МОДЕЛЬ ДИНАМИКИ РБМК ДЛЯ АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ И ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ПОЛНОМАСШТАБНЫХ ТРЕНАЖЕРАХ

*А.Д.Зенков, Д.И.Янушевич, С.Д.Малкин, М.Н.Бабайцев, А.И.Глембоцкий,
А.В.Краюшкин, И.Д.Ракитин*
РНЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, 1
e-mail: <zenkov@dcm.kiae.ru>

ВВЕДЕНИЕ

Повышающиеся требования к безопасности ЯЭУ определяют потребности в универсальных расчетных кодах, позволяющих адекватно моделировать динамику установок. Таким кодом является созданный в РНЦ “Курчатовский институт” нейтронно-теплогидравлический комплекс программ STEPAN/KOBRA расчетного моделирования нестационарных физических процессов в РБМК в трехмерном пространственном приближении.

Комплекс используется в расчетно-теоретических исследованиях по обеспечению и обоснованию безопасности АЭС с РБМК и, кроме того, является базовым расчетным кодом полномасштабного тренажера (ПМТ) 3-го энергоблока ЛАЭС, созданного в 1994-1996 гг., и разрабатываемого в настоящее время полномасштабного тренажера 1-го энергоблока ЛАЭС. В составе тренажеров комплекс моделирует в реальном масштабе времени нестационарные нейтронно-теплогидравлические процессы (включая аварийные различной степени тяжести) в реакторе, контуре многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) и главных паропроводах.

1. ФИЗИКО-МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ И РАСЧЕТНЫЙ КОД.

Модель нейтроннофизических процессов в активной зоне реактора базируется на расчетном коде STEPAN [1], прошедшем аттестацию в ГАН РФ и имеющем Аттестационный паспорт №46 от 23.05.96г.

Программа STEPAN позволяет решать в двух- и трехмерной геометрии стационарные и нестационарные задачи физики РБМК. Все версии программы имеют единый двухгрупповой сеточный алгоритм с подготовкой констант ячеек по программе WIMS с последующим их представлением в виде полиномиальных зависимостей от набора определяющих параметров. Одновременно производится корректировка констант с помощью коэффициентов, вид которых определен на основе анализа экспериментальных данных, полученных на критсборках стенда РБМК и действующих реакторах РБМК. Поправочные коэффициенты выражаются через исходные двухгрупповые константы (метод МКК). Двухгрупповые нейтронные сечения, полученные описанным образом, представлены в виде библиотеки, в которой сечения выражены как функции основных параметров (температур топлива и графита, плотности теплоносителя, выгорания, концентрации ксенона и самария). Эти параметры охватывают весь диапазон от холодного состояния до номинальной мощности и аварийных состояний на мощности.

При расчете полей энерговыделения в программе STEPAN используется операция “восстановления” радиальных и высотных полей по показаниям внутрореакторных датчиков.

Программа STEPAN используется в РНЦ "Курчатовский Институт" с 1987года. В 1987-1994 г.г. с ее помощью проводился анализ изменения характеристик РБМК в ходе выполнения мероприятий по повышению ядерной безопасности РБМК. Прогнозировался характер изменения парового и мощностного коэффициентов реактивности, эффективности стержней, подкритичности, эффектов обезвоживания КМПЦ и КОСУЗ, радиальных и высотных полей энерговыделения, выгорания топлива.

С помощью программы STEPAN определены характеристики РБМК 5-го блока КАЭС с модернизированной графитовой кладкой и характеристики других усовершенствованных реакторов типа РБМК.

Программа STEPAN широко применялась также для анализа аварии на 4-м блоке Чернобыльской АЭС [2].

Используемый в полномасштабном тренажере 3-го энергоблока ЛАЭС расчетный код SM моделирования нейтронно-физических процессов в активной

зоне реактора базируется на полномасштабном коде STEPAN с некоторыми упрощениями, позволяющими достичь моделирования в реальном масштабе времени вследствие недостаточной мощности тренажерного компьютера.

В разрабатываемом же сейчас ПМТ 1-го энергоблока ЛАЭС, благодаря возможности использования более мощного компьютера, принято решение об использовании полной версии кода STEPAN.

Модель теплогидравлических процессов в энергоблоке базируется на расчетном коде KOBRA [3]. С его помощью осуществляется расчет теплогидравлических параметров наиболее ответственных и сложных для моделирования систем энергоблока, а именно КМПЦ (включая технологические каналы активной зоны реактора) и главных паропроводов, т.е. трубопроводов подачи острого пара на турбины, СПП и трубопроводов сброса пара через быстродействующие редукционные установки и главные предохранительные клапаны.

Модуль KOBRA предназначен для моделирования нестационарных (динамических) теплогидравлических процессов в произвольных теплогидравлических сетях с двухфазным пароводяным теплоносителем в термически неравновесном и механически негетогенном приближении.

Базисом математической модели кода KOBRA являются:

- система четырех дифференциальных уравнений в частных производных, описывающих законы сохранения для теплоносителя одномерных теплогидравлических каналов в составе моделируемой сети;
- система обыкновенных дифференциальных уравнений сохранения массы, импульса и энергии пароводяной смеси для моделируемой теплогидравлической сети;
- одномерное нестационарное уравнение теплопроводности для расчетного сечения теплообменного оборудования с внутренним тепловыделением в общем случае;
- система замыкающих соотношений, включающая в себя уравнение состояния теплоносителя, соотношения для свойств материалов теплообменного оборудования, эмпирические корреляции для проскальзывания газообразной и жидкой фаз теплоносителя, замыкающие

соотношения по теплообмену для всех типов режимов теплообмена (конвекции, кипения, конденсации и закризисного теплообмена) и соотношения для расчета различных типов краевых условий.

Программный модуль КОBRA используется в РНЦ "Курчатовский Институт" и в других организациях МИНАТОМа (в частности НИКИЭТ, ОКБМ, РФЯЦ ВНИИЭФ, ЛАЭС) с 1988года.

С 1988 г. КОBRA применяется для выполнения расчетных исследований нестационарных, в том числе и аварийных, процессов в ЯЭУ с РБМК в трехмерном приближении в составе программного комплекса STEPAN/КОBRA.

С 1992 г. программный модуль КОBRA используется совместно с трехмерным нестационарным нейтронно-физическим модулем NEU [4] в качестве базового теплогидравлического кода в составе программного комплекса READY [5,6], разработанного совместно с РФЯЦ ВНИИЭФ и предназначенного для исследований динамики, в том числе и в обоснование безопасности, ЯЭУ с реакторами водо-водяного типа в различных, включая трехмерное, приближениях.

С помощью программного модуля КОBRA выполнен целый ряд расчетно-теоретических исследований динамических режимов работы, включая исследования аварийных процессов в обоснование безопасности, ядерных энергоустановок с реакторами различного типа (не только РБМК, но также и ВВЭР) [7,...,9].

Программный модуль КОBRA широко применялся также для анализа аварии на 4-м блоке Чернобыльской АЭС [2].

2. ВЕРИФИКАЦИЯ РАСЧЕТНОГО КОМПЛЕКСА.

Верификация кода моделирования динамики РБМК выполнена как для всего связанного нейтронно-теплогидравлического комплекса, так и для составляющих его нейтронно-физического и теплогидравлического блоков в отдельности.

Верификация расчетного кода моделирования нейтронно-физических процессов в активной зоне реактора.

Верификация программы STEPAN выполнена на следующих сериях расчетных и экспериментальных данных:

- расчетах методом Монте-Карло модельных полирешеток в холодном состоянии с невыгоревшим топливом и горячем состоянии с выгоревшим топливом;
- экспериментах на "холодных" критсборках различного размера и состава с обычной и модернизированной кладкой, проведенных на стенде РБМК;
- экспериментах на реакторах РБМК, выполненных во время физических пусков;
- измерениях подкритичности, "весов" стержней и эффектов обезвоживания на холодных выгоревших зонах РБМК;
- измерениях эффектов реактивности, микроструктуры нейтронных полей и спектральных индексов в рабочем состоянии действующих РБМК.

Результаты верификации показали, что величина Кэфф РБМК определяется расчетом по программе STEPAN со среднеквадратичной погрешностью 0.5% (31 точка). Погрешность расчета критичности реактора в 1.2 раза превышает экспериментальную погрешность. Погрешность расчета подкритичности реактора и микроструктуры полей в 1.5 превышает экспериментальную величину.

Более существенное различие погрешностей наблюдается в случае эффектов обезвоживания КМПЦ и КО СУЗ в подкритическом состоянии спектральных индексов и мощностного коэффициента реактивности.

Погрешности расчетного определения "весов" стержней и парового коэффициента реактивности не выходят за пределы погрешности измерений.

На примере расчета критичности 10 сборок, исследованных на экспериментальном стенде РБМК, показано, что программа STEPAN не уступает по точности программам с более строгим алгоритмом решения уравнений нейтронного баланса.

На основе анализа (с помощью программ ARROTTA (США) и STEPAN) результатов измерений при пуске 3-го блока САЭС, проведенных с хорошей

точностью, показано, что погрешность расчета величины (Кэфф - 1) для 5-и состояний равна 0.59% (ARROTTA) и 0.46% (STEPAN). Погрешность расчета подкритичности (10 состояний) равна 11.1% (ARROTTA) и 4.4% (STEPAN) при погрешности измерений 5.8%.

Для *верификации расчетного кода SM* были проведены сравнительные расчеты по программе SM и нестационарной версии полномасштабной нейтронно-физической программы STEPAN, а также расчетные исследования в рамках независимой экспертизы полномасштабного тренажера 3-го блока ЛАЭС ведущими специалистами организации Главного Конструктора РБМК НИКИЭТ.

В целом можно сказать, что полученные результаты верификации демонстрируют достаточно высокую точность описания динамических процессов программой SM.

Верификация расчетного кода моделирования теплогидравлических процессов.

Весь имеющийся материал по верификации теплогидравлического модуля KOBRA можно условно разбить на шесть частей:

- верификация используемых в модели и программе замыкающих соотношений;
- верификация кода по результатам классических теплогидравлических тестов;
- верификация по результатам экспериментальных исследований, выполненных на теплогидравлических стендах и, в частности, на стенде КС РНЦ “Курчатовский институт” при исследованиях аварийных ситуаций, имитирующих разрыв напорного коллектора реактора РБМК-1500;
- верификация по данным реакторных экспериментов на действующих энергоблоках и, в частности и главным образом, по зарегистрированным результатам Чернобыльской аварии;
- верификация по данным расчетов динамики с использованием широко применяемых в атомной энергетике кодов, и главным образом кода RELAP5 ;
- верификация по результатам исследований, выполненных при проведении независимой экспертизы полномасштабного тренажера 3-го блока ЛАЭС

ведущими специалистами организации Главного Конструктора РБМК НИКИЭТ.

Результаты верификации демонстрируют применимость кода для моделирования динамики РБМК и, в частности, быстропротекающих аварийных процессов, связанных как с быстрыми изменениями мощности, так и с потерей теплоносителя.

Комплексная верификация нейтронотеплогидравлической модели и программы динамики КМПЦ и главных паропроводов выполнялась с использованием экспериментальных и расчетных (полученных по известным и принятым для использования в атомной энергетике кодам, в частности RELAP5) данных по динамическим режимам работы и, в частности, по аварийным режимам энергоблоков с реакторами РБМК. Модель верифицировалась на всех этапах ее разработки, развития и внедрения в расчетные исследования, включая этап создания, отладки, приемки Заказчиком и независимой экспертизы специалистами НИКИЭТ полномасштабного тренажера 3-го энергоблока ЛАЭС.

К наиболее интересным динамическим (включая аварийные) режимам, для которых выполнена верификация, в частности, следует отнести:

- аварию, связанную с быстрым ростом мощности (авария на 4-м блоке ЧАЭС);
- режим, связанный с процедурой измерения парового эффекта реактивности на 2-м блоке Игналинской АЭС;
- аварию, вызванную снижением расхода теплоносителя в одном канале (ЛАЭС - 3);
- аварию ATWS с обесточиванием собственных нужд (для расчетов использовались данные для ИАЭС-2);
- Максимальную Проектную Аварию (МПА) - разрыва напорного коллектора (для 3-го блока САЭС);
- аварийный режим на 4-м энергоблоке ЛАЭС 12.08.92, инициированный отключением одной из ЛЭП в результате повреждения ее грозовым зарядом (режим “Гроза”).

Для первых трех из этих режимов отмечено хорошее согласование результатов расчетов по программе STEPAN/KOBRA с экспериментальными данными, для режимов 1-го и с 3-го по 5-й - с результатами расчетов по программе RELAP5/MOD3 и, кроме того, ATHLET (для 4-го режима).

Режим “Гроза” воспроизводился при проведении независимой экспертизы полномасштабного тренажера 3-го энергоблока ЛАЭС специалистами НИКИЭТ. Сопоставление результатов моделирования и зарегистрированных данных ДРЭГ показало высокую точность моделирования.

Из представленных выше результатов комплексной верификации нейтронотеплогидравлической модели бесспорно наиболее интересным представляется сопоставление зарегистрированных результатов *аварии на 4-м энергоблоке ЧАЭС* с результатами ее моделирования, выполненного по комплексу STEPAN/KOBRA. Представленные результаты интересны еще и с той точки зрения, что сопоставление было выполнено одновременно с результатами расчета по коду RELAP5/MOD3.

В качестве исходных данных для начала моделирования было взято состояние зафиксированное программой “ПРИЗМА” на 1час22мин 30с. Было использовано:

- положение стержней СУЗ ;
- распределение глубин выгорания;
- показания внутризонных нейтронных датчиков;
- поканальные расходы теплоносителя.

Моделирование было начато с момента 1ч21м50с, чтобы учесть изменения расхода питательной воды, выполнявшиеся оператором перед началом эксперимента. При этом нейтронные характеристики были приняты равными их значениям в момент 1ч22м30с. Для получения стационарного состояния в теплогидравлическом блоке использовались соответствующие значения давлений в БС, расходы питательной воды взяты из данных ДРЕГ. В результате расчета предшествующих 74с было сформировано исходное состояние для моделирования эксперимента (начальные условия), начавшегося в 1ч23м04с.

Далее было проведено моделирование эксперимента с выбегом ГЦН. Изменения частоты вращения насосов было взято из данных ДРЕГ. Нейтронная мощность реактора в течение эксперимента сохранялась постоянной. Небольшие изменения реактивности в результате снижения расхода через реактор и роста давления в БС компенсировалось движением 4х стержней АР1 вверх на 30см в момент 1ч 23м22с. В момент 1ч23м40с моделировалось погружение всех стержней РР и АР по команде АЗ-5.

В расчетах по программе RELAP5/MOD3 моделирование процесса начиналось от момента 1ч19м00с и до 1ч23м04с проводилось в соответствии с данными ДРЕГ. До момента АЗ-5 мощность полагалась постоянной, значения расхода питательной воды задавались в соответствии с данными ДРЕГ. Моделировался эксперимент с выбегом насосов; движение стержней моделировалось через задание зависимости реактивности, вводимой стержнями по сигналу АЗ-5, от времени (для формирования зависимости реактивности от времени использовались данные из расчетов по программе STEPAN). Расчет по программе RELAP5/MOD3 с блоком точечной кинетики.

Результаты расчетов (изменения давления в БС, средняя температура топлива, средняя по активной зоне плотность теплоносителя) приведены на рис. 1, ... ,3

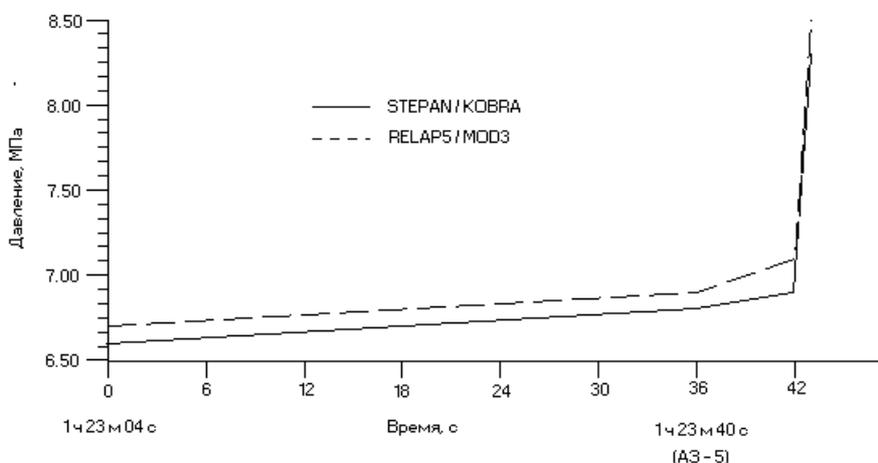


Рис. 1. Изменение давления в БС (от момента 1ч23м04с)

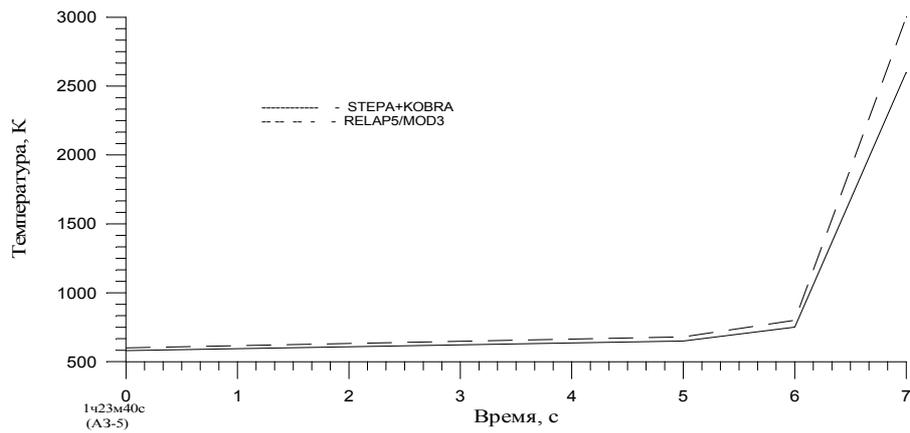


Рис. 2 Изменение максимального значения средней температуры топлива после АЗ-5 (от момента 1ч23м40с)

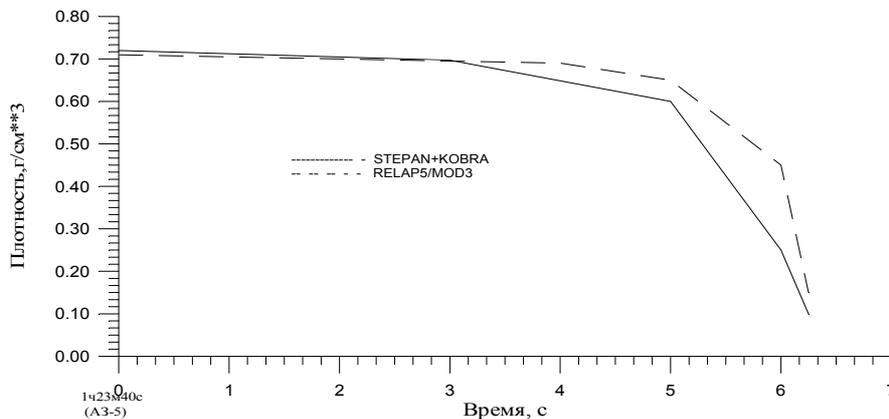


Рис. 3. Изменение средней по высоте активной зоны плотности теплоносителя после АЗ-5 (от момента 1ч23м40с)

После кратковременного уменьшения нейтронная мощность начинает быстро расти и к моменту 1ч23м45с достигает уровня около 80 номиналов в расчете по программе STEPAN+KOBRA и значения порядка 50 номиналов в расчете по программе RELAP5/MOD3.

Отметим довольно хорошее совпадение результатов расчетов по программ STEPAN+KOBRA и RELAP5/MOD3. Кроме этого, в таблице 1 приведено сопоставление реальных событий и результатов расчета аварийного процесса по программе STEPAN+KOBRA.

Таблица 1.

**Сопоставление результатов расчета по программе
STEPAN+KOBRA и реальных событий.**

N	События	Факт	Расчет
1	Мощность реактора не изменялась в течение эксперимента до момента АЗ-5 несмотря на снижение расхода.	+	+
2	После начала движения стержней по команде АЗ-5 нейтронная мощность вначале уменьшается на величину около 10%.	+	+
3	Перемещения АР было зафиксировано в 1ч23м30с.	+	+
4	Сигналы АЗМ и АЗС были зафиксированы в 1ч23м43с.	+	+
5	Резкое увеличение давления в БС было зафиксировано в 1ч23м48с.	+	+

Относительно пп.4,5 сопоставления (см. табл.1) необходимо отметить следующее.

- Уставка АЗМ, согласно расчету была достигнута в момент 1ч23м42.5с (см. п.4.).
- В расчетной модели давления в БС являлось главным граничным условием и не изменялось. Однако в момент времени 1ч23м48с расчет показал резкий рост давления в верхней части активной зоны, что вызывается запариванием каналов (см.п.5).

Таким образом, моделирование аварийного процесса по программе STEPAN+KOBRA адекватно воспроизводит начало аварийного процесса и расчеты хорошо согласуются с результатами, полученными по программе RELAP5/MOD3.

Бесспорно интересным в плане представления результатов верификации является *режим “Гроза”*. Помимо всего прочего он интересен еще и тем, что моделировался на полномасштабном тренажере 3-го энергоблока ЛАЭС, т.е. расчет осуществлялся с использованием полной комплексной модели всего энергоблока, а не только модели КМПЦ.

Результаты воспроизведения режима “Гроза” на тренажере и сопоставления с зарегистрированными данными ДРЭГ для наиболее интересных параметров энергоблока представлены на рис. 4.

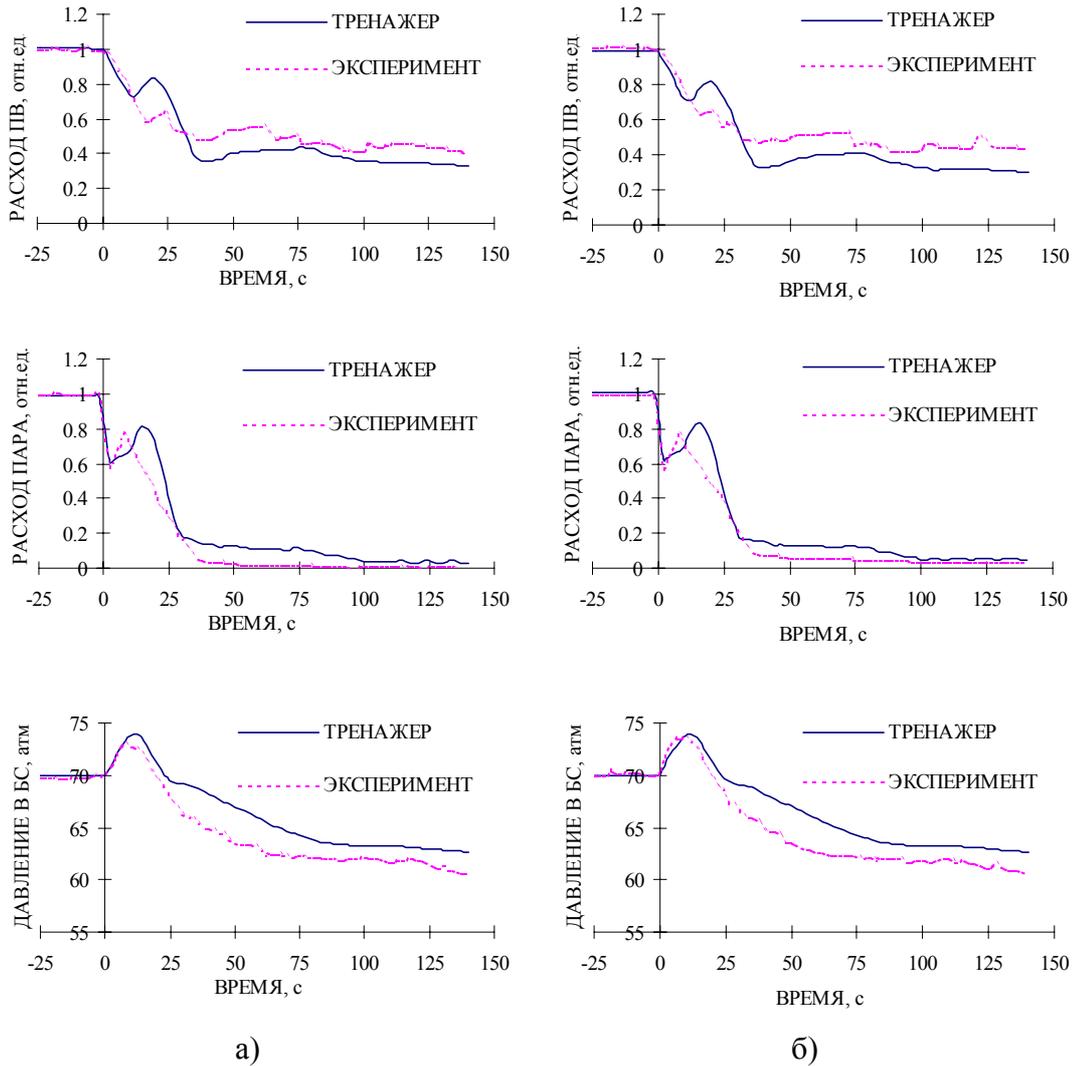


Рис.4. Параметры КМПЦ в режиме “Гроза”

а) для левой половины

б) для правой половины

Экспертиза НИКИЭТ признала “... высокую точность моделирования...”, которую, в частности подтверждает “... тот факт, что на начальной стадии процесса сочетание двух обстоятельств, а именно незначительно повышенного (против обычного) давления в КМПЦ и отказа одного из четырех БРУ-К, как в реальности, так и в тренажере привело к переходу режима АЗ-2 в АЗ-5 по повышению давления практически в один и тот же момент процесса.”

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Созданный в РНЦ “Курчатовский институт” нейтронно-теплогидравлический комплекс кодов STEPAN/КОВРА позволяет выполнять широкий спектр расчетных исследований нестационарных физических процессов, включая аварийные различной степени тяжести, в РБМК в трехмерном пространственном приближении.

Комплекс в значительной степени верифицирован и внедрен в расчетные исследования, направленные на повышение и обоснование безопасности АЭС с РБМК.

Важнейшим фактом внедрения комплекса является его использование в качестве базового расчетного кода полномасштабного тренажера 3-го энергоблока ЛАЭС, созданного в 1994-1996 гг., и разрабатываемого в настоящее время полномасштабного тренажера 1-го энергоблока ЛАЭС.

Достоверность результатов расчетов подтверждена значительным объемом результатов его верификации, среди которых результаты комплексной верификации полномасштабного тренажера третьего энергоблока ЛАЭС, зафиксированные в восьмитомной технической документации по его приемке (**Acceptance Test Procedure**), а также результаты независимой экспертизы полномасштабного тренажера ведущими специалистами организации Главного Конструктора РБМК НИКИЭТ, которые свидетельствуют о том, что применение тренажера в процессе подготовки операторов позволяет формировать правильные принципы и практические приемы управления блоком в условиях нормальной эксплуатации, в аварийных ситуациях и при проектных авариях. Чрезвычайно важным, на наш взгляд, также является вывод независимой экспертизы о том, что “...точность моделей позволяет применять тренажер не только для обучения операторов, но и для разработки усовершенствованных алгоритмов автоматического управления и защиты и процедур управления энергоблоком с участием операторов...”.

ЛИТЕРАТУРА

1. Babaytsev M.N., Fedosov A.M., Glembotsky A.V., Krayushkin A.V., Kubarev A.V., Romanenko V.S. The STEPAN Code for RBMK Reactor Calculation. - Preprint IAE-5660/5, 1993.
2. M.N. Babaytchev, E.V. Burlakov, A.V. Krayushkin, S.D. Malkin, V.V. Shalia, D.I. Ianushevich. Full-Scale 3-Dimensional Analysis of the Chernobyl Accident. 1994 RELAP5 International Users Seminar, Baltimore, Maryland, USA, August 29 - September 1, 1994.
3. И.А.Моисеев, Д.И.Янушевич, С.В.Жигунов и др. Программный модуль КОВРА расчета динамики теплогидравлических сетей. - ВАНТ: Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2, с. 3-17.
4. А.С. Сухих и др. Программа динамического расчета диффузии нейтронов NEU. - Сборник докладов семинара "Нейтроника-92. Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов. Обнинск, 27-29 октября 1992 г.". Обнинск, 1994, с. 107-110.
5. В.А. Тарасов и др. Программный комплекс READY для расчетов динамических процессов в реакторных установках. - ВАНТ: Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 8-10.
6. В.А. Тарасов и др. Программный комплекс READY для расчетов динамических процессов в реакторных установках. - Сборник докладов семинара "Нейтроника-92. Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов. Обнинск, 27-29 октября 1992 г.". Обнинск, 1994, с. 103-106.
7. С.В. Жигунов, А.М. Ганжинов, А.Д. Зенков и др. Расчетный анализ аварийных режимов для реакторной установки ВПБЭР-600. - ВАНТ: Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 14-15.
8. А.Д. Зенков, А.М. Ганжинов, С.В. Жигунов и др. Расчетный анализ аварии реакторной установки ВПБЭР-600, связанной с несанкционированным извлечением 12 рядом расположенных регулирующих органов. - ВАНТ: Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 15-17.
9. А.М. Ганжинов, С.В. Жигунов, А.Д. Зенков и др. Анализ аварийных режимов при отрыве крышки реакторной установки ВПБЭР-600. - ВАНТ: Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 17-18.